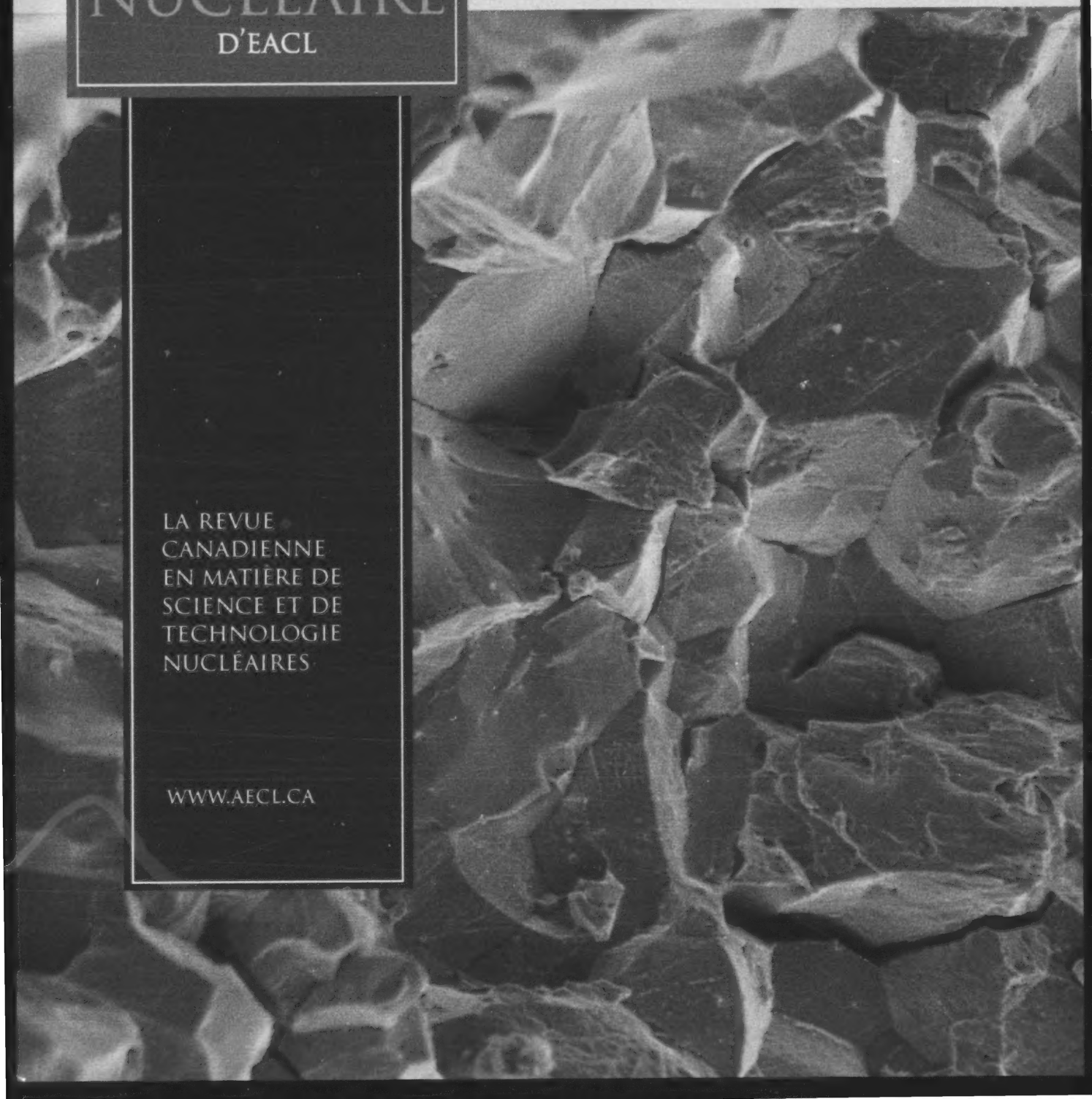
AECL
EACL

REVUE SCIENTIFIQUE NUCLEAIRE D'EACL

VOLUME 2, NUMÉRO 1
JUIN 2013



LA REVUE CANADIENNE EN MATIÈRE DE SCIENCE ET DE TECHNOLOGIE NUCLÉAIRES

WWW.AECL.CA

La Revue scientifique nucléaire d'EACL présente d'importantes innovations en matière de science et de technologie nucléaires qui cadrent avec les programmes de base d'EACL. La revue publie des articles novateurs et originaux ainsi que des notes techniques sur divers sujets : industrie nucléaire (technologie CANDU), sécurité et garanties nucléaires, énergie propre et sûre (incluant les réacteurs de quatrième génération), technologie de l'hydrogène, petits réacteurs, fusion, énergie durable et matériaux de pointe, santé, isotopes et rayonnement, sciences environnementales. Les articles examinés par des pairs et acceptés devraient couvrir différentes disciplines telles que l'ingénierie, la chimie, la physique et la biologie.

La Revue scientifique nucléaire d'EACL invite les scientifiques et les chercheurs universitaires de différentes disciplines du Canada et du reste du monde à lire sa nouvelle publication, qui est le reflet de la collaboration entre les chercheurs scientifiques et les travailleurs de l'industrie.

Énergie atomique du Canada limitée (EACL) est le laboratoire national du Canada pour les sciences et la technologie nucléaires. Depuis plus de 60 ans, EACL est un chef de file mondial dans le développement d'applications pacifiques et novatrices de la technologie nucléaire, grâce à son expertise en physique, en métallurgie, en chimie, en biologie et en ingénierie.

Aujourd'hui, EACL maintient son engagement envers les Canadiens et le monde entier afin qu'ils bénéficient des retombées des sciences et de la technologie nucléaires sur le plan de l'énergie, de la santé, de l'environnement et de l'économie, tout en sachant que la sécurité et la sûreté nucléaires sont assurées.

RÉDACTEUR INTÉRIMAIRE
G.L. Strati, Directrice, Mise au point de l'équipement mécanique, EACL

CORÉDACTEURS INVITÉS
F.M. Courtel, Technologie des isotopes de l'hydrogène, EACL
D. Guzonas, Chimie et corrosion des réacteurs, EACL
D. Horn, Service Inspection, Surveillance et Dynamique, EACL
A. Khalifa, Mise au point de l'équipement mécanique, EACL
D. Rowan, Sciences nucléaires, EACL
B. Wilkin, Physique appliquée, EACL
R. Wiersma, Physique computationnelle des réacteurs, EACL

COMITÉ DE RÉDACTION
C. Butler, Directrice, Opérations de R&D, EACL
R. Didsbury, Directeur général, Opérations de R&D, EACL
A. McIvor, Directeur, Opérations corporatives, EACL
G.L. Strati, Directrice, Mise au point de l'équipement mécanique, EACL
B. Sur, Directeur, Sciences nucléaires, EACL

MISE EN PAGE
Philip Kompass, Communications de l'entreprise, EACL
Shane Matte, Communications de l'entreprise, EACL

PHOTO DE COUVERTURE
Image obtenu par microscopie électronique en électrons secondaires de la facette d'une fracture d'inconel irradiée. Cette photo est une gracieuseté du service de la chimie et de la corrosion des réacteurs, Énergie Atomique du Canada Limitée (2013)

AVIS DE DÉGAGEMENT DE RESPONSABILITÉ
Les opinions, constatations et conclusions ou recommandations exprimées dans les articles publiés dans la Revue scientifique nucléaire d'EACL sont celles des auteurs et ne rendent pas nécessairement compte des opinions d'Énergie Atomique du Canada Limitée.

Copyright © 2013 Énergie atomique du Canada limitée. Tous droits réservés.

ISSN 2291-529X (Imprimé)
ISSN 2291-5303 (En ligne)

REVUE SCIENTIFIQUE
NUCLEAIRE
D'EACL

VOLUME 2, NUMÉRO 1
JUIN 2013

ARTICLES SUR INVITATION

Revue des connaissances sur l'effet de l'irradiation sur les composants contenant du Ni dans les cœurs de réacteur CANDU
M. Griffiths
- 1-

Mise au point du système d'inspection de la paroi réflectrice du réacteur NRU
R. Lumsden, B. Luloff, N. Zahn et N. Simpson
- 2 -

ARTICLE INTÉGRAL

Représentation analytique de la géométrie du réacteur ZED-2 par la méthode de la fonction R
D. Altiparmakov
-3 -

Mise en œuvre d'un minimiseur de l'énergie de Gibbs dans un programme de détermination de la libération des produits de fission
D. H. Barber
- 4 -

Coproduction d'hydrogène dans les centrales nucléaires sous-critiques refroidies à l'eau au canada
N. Gnanapragasam, D. Rylet et S. Suppiah
- 5 -

L'encrassement des générateurs de vapeur nucléaires : études fondamentales, expérience du fonctionnement et mesures correctives faisant appel à des additifs chimiques
C.W. Turner
- 6 -

Utilisation de l'approximation fonctionnelle pour la détermination de l'exactitude des réseaux neuronaux
R. F. Wichman et J. Alexander
- 7 -

Initiatives d'ajout à la valeur pour le rendement du fonctionnement des réacteurs CANDU®
V. Chugh, R. Parmar, J. Schur, J. Sherin, H. Xie et D. Zobin
- 8 -

REVUE SCIENTIFIQUE
NUCLEAIRE
D'EACL

VOLUME 2, NUMÉRO 1
JUIN 2013

NOTES TECHNIQUES

Collecte directe de l'Hélium 3 (^{3}He) dans les réacteurs nucléaires à eau lourde
G. Bentoumi, R. Didsbury, G. Jonkmans, L. Rodrigo et B. Sur
- 9 -

Un nouveau principe de sécurité pour le réacteur SLOWPOKE-2
S. Yue, S. Polugari, V. Anghel, J. Hilborn et B. Sur
- 10 -

ERRATUM

Erratum pour « Le réacteur SuperSafe(C) : un petit RESC modulaire à tubes de pression »
M. Yetisir, J. Pencer, M. McDonald, M. Gaudet, J. Licht et R. Duffey
- 11 -

Revue des connaissances sur l'effet de l'irradiation sur les composants contenant du Nickel dans les cœurs de réacteur CANDU

M.Griffiths*
Énergie Atomique du Canada Limitée, Laboratoires de Chalk River, Chalk River, Ontario, Canada

Information sur l'article
Mots clés : dommages causés par irradiation, fluage d'irradiation, fragilisation par irradiation, alliages de Nickel, sections transversales des neutrons
Historique de l'article : reçu le 2 Avril 2013, accepté le 25 Juin 2013, disponible en ligne le 12 Juillet 2013
DOI http:dx.doi.org/10.12943/RSNE.2013.00001

*Auteur de correspondance : (613) 584-3311, griffithsm@aecl.ca

RÉSUMÉ

Pour les alliages contenant du nickel irradiés dans des flux de neutrons thermalisés, la formation du 59Ni et sa réaction avec les neutrons thermiques peut entraîner des variations dans le temps du taux de dommage par déplacement exprimé en déplacements par atome par seconde (dpa.s-1), la formation de gaz et un chauffage nucléaire. Des alliages riches en Ni sont utilisés dans les réacteurs REP et REB comme cales d'espacement dans les assemblages combustibles mais aussi dans les ressorts de tension de ces mêmes assemblages. Des doigts de gant de flux ont également été fabriqués à partir d'alliages riches en Ni dans le passé, mais ils sont remplacés graduellement par des doigts de gant faits d'autres alliages qui contiennent nettement moins de Ni. Dans un réacteur CANDU®, des alliages de Ni sont utilisés comme ressorts de tension, cales d'espacement des canaux de combustible (sous forme de ressorts expandeurs) et gaines de câble et fils de noyau dans les assemblages de détecteur de flux. Pour prédire les processus d'irradiation qui se répercutent sur la fonctionnalité de ces composants internes des réacteurs CANDU, comme la fragilisation par irradiation et le fluage d'irradiation, en particulier dans des conditions de fonctionnement prolongé, il est nécessaire de tenir compte de l'effet de la transmutation du Ni.

Au cours des dix dernières années, notre compréhension des effets de l'irradiation sur les propriétés des composants en alliages riches en Ni s'est améliorée considérablement. Les processus nucléaires et les effets des dommages par irradiation sur le rendement des composants faits de ces alliages seront décrits.

® CANDU est une marque de commerce déposée d'Énergie Atomique du Canada Limitée.

Mise au point du système d'inspection de la paroi réflectrice du réacteur NRU

R.H. Lumsden*, B. V. Luloff, N. Zahn et N. Simpson
Énergie Atomique du Canada Limitée, Laboratoires de Chalk River, Chalk River, Ontario, Canada

Information sur l'article
Mots clés : inspection du réacteur NRU, technique d'inspection par ultrasons, outils d'inspection
Historique de l'article : reçu le 27 Mars 2013, accepté le 31 Mai 2013, disponible en ligne le 12 Juillet 2013
DOI http:dx.doi.org/10.12943/RSNE.2013.00002

*Auteur de correspondance : (613) 584-3311, lumsdenr@aecl.ca

RÉSUMÉ

En mai 2009, la calandre du réacteur national de recherche universel (NRU) a fui. Au cours de l'année qui a suivi, la calandre a été inspectée au moyen de six nouvelles techniques d'évaluation non destructive (END) pour déterminer l'importance de la corrosion. Elle a ensuite été réparée et enfin, la réparation a été inspectée au moyen de quatre autres nouvelles techniques d'END avant que le réacteur ne soit remis en marche.

La calandre est entourée d'une cuve réflectrice à eau légère faite du même matériau que la calandre. Comme on craignait que la cuve réflectrice n'ait été endommagée par le même mécanisme de corrosion que la calandre, un système servant à inspecter la totalité de la circonférence de la paroi réflectrice pour détecter les dommages entraînés par la corrosion a été mis au point. Il n'était possible d'accéder à la zone à inspecter qu'au travers d'orifices de 64 mm de diamètre et cette zone se trouvait à 10 m sous les orifices et devait être inspectée à partir de la surface corrodée. La technique d'inspection par ultrasons a été conçue pour produire un quadrillage serré de l'épaisseur de la paroi (EP) sur environ 5 m2 de la surface corrodée au moyen d'un très petit porte-sonde.

Cet article décrit le projet de mise au point de l'Inspection de la paroi réflectrice (IPR) et le système ainsi produit.

Représentation analytique de la géométrie du réacteur ZED-2 par la méthode de la fonction R

D. Altiparmakov*
Énergie Atomique du Canada Limitée, Laboratoires de Chalk River, Chalk River, Ontario, Canada

Information sur l'article
Mots clés : modélisation de la géométrie, fonctions R, installation ZED-2, distribution du flux de neutrons
Historique de l'article : reçu le 27 Avril 2013, accepté le 24 Juin 2013, disponible en ligne le 12 Juillet 2013
DOI http:dx.doi.org/10.12943/RSNE.2013.00004

*Auteur de correspondance : (613) 584-3311, altiparmakovd@aecl.ca

RÉSUMÉ

La méthode de la fonction R est appliquée à la modélisation de la géométrie de l'installation critique ZED-2 à titre d'illustration. Chaque zone du matériau est représentée par une fonction réelle, continue et différentiable des coordonnées spatiales qu'on appelle la fonction du domaine. Plutôt que d'utiliser une fonction particulière pour chaque élément, on construit une fonction unique pour représenter tous les domaines spatiaux qui contiennent le même matériau (par exemple, toutes les aiguilles de combustible, etc.) En raison de leur continuité et de leur différentiabilité, les fonctions du domaine peuvent être utilisées pour construire une base pour trouver une solution approximative aux problèmes de valeurs aux limites associés. Une étude de la capacité d'approximation des fonctions du domaine est effectuée en utilisant la distribution spatiale du flux de neutrons à deux groupes de l'installation ZED-2 comme problème modèle. La méthode des moindres carrés est utilisée pour déterminer les coefficients inconnus en réduisant au minimum l'écart entre la solution de référence MCNP et une série de puissances des fonctions du domaine. Les résultats montrent qu'un nombre relativement petit de termes de la série suffit pour produire une bonne approximation de la distribution du flux de neutrons précisée sur un maillage de 500×500 points.

Mise en œuvre d'un minimiseur d'énergie de Gibbs dans un programme de détermination de la libération des produits de fission

D.H. Barber[*,1,2]
[1]Énergie Atomique du Canada Limitée, Laboratoires de Chalk River, Chalk River, Ontario, Canada
[2]Collège Militaire Royal du Canada, Kingston, Ontario, Canada

Information sur l'article
Mots clés : modélisation de la libération de produits de fission du combustible nucléaire, minimiseur d'énergie de Gibbs, libération de lanthanide du combustible de dioxyde d'uranium, solubilité des produits de fission dans le dioxyde d'uranium
Historique de l'article : reçu le 2 Avril 2013, accepté le 17 Juin 2013, disponible en ligne le 12 Juillet 2013
DOI http:dx.doi.org/10.12943/RSNE.2013.00005

*Auteur de correspondance : (613) 584-3311, barberdh@aecl.ca

RÉSUMÉ

SOURCE 2.0 est le programme canadien utilisé pour calculer la libération fractionnelle des produits de fission par la matrice de combustible de dioxyde d'uranium. Dans les accidents nucléaires, la libération des produits de fission par le combustible est l'une des étapes physiques qui doit être franchie avant que l'administration d'une dose de radiation émise par les produits de fission ne puisse se répercuter sur la population. Les calculs de la libération des produits de fission sont une étape du cheminement de l'analyse servant à calculer les conséquences de l'administration d'une dose à la population dans le cas d'accidents nucléaires hypothétiques. SOURCE 2.0 contient un modèle de 1997 de la vaporisation des produits de fission élaboré par B.J. Corse et coll. à partir de tables de recherche produites au moyen du programme FACT. Ce modèle était utilisable sur les ordinateurs de l'époque. Cependant, notre compréhension de la thermochimie du combustible a progressé depuis. De plus, les ressources informatiques se sont considérablement améliorées depuis l'époque de l'élaboration du modèle Corse. Elles nous permettent maintenant d'y incorporer un traitement thermodynamique plus rigoureux. Au moyen du nouveau modèle thermodynamique du combustible de dioxyde d'uranium irradié du Collège Militaire Royal du Canada (CMR), d'un nouveau modèle de la vaporisation des produits de fission à partir de la surface du combustible, d'une bibliothèque de sous-programmes thermodynamiques exécutables par l'utilisateur disponible dans le commerce (ChemApp), d'une liste de nucléides mise à jour et de données mises à jour sur la physique nucléaire, un prototype de programme qui effectue des calculs thermodynamiques à l'interne a été mis au point à partir du programme SOURCE IST 2.0P11. Le code du prototype ainsi produit (avec les données mises à jour et révisées) fournit des estimations de la libération de 140La plus conformes aux données expérimentales que celles qui étaient produites par le code et les données d'origine. L'amélioration peut être chiffrée sous forme de réduction de 0,70 à 0,07 de la différence moyenne entre les fractions expérimentales et calculées des produits libérés. On fait l'hypothèse que 140La est représentatif des produits de fission « peu volatils ». Afin que le rendement acceptable existant pour les gaz nobles et les produits de fission volatils ne soit pas compromis par les modifications, des comparaisons ont également été effectuées pour un gaz noble représentatif (85Kr) et un produit de fission volatil représentatif (134Cs). Ces nucléides ont le plus grand ensemble de données dans la série d'essais de validation SOURCE 2.0. Cette amélioration renforce la confiance en la marge de sécurité pour l'agrément de l'équipement pour les cas d'accident de perte de réfrigérant primaire avec perte de refroidissement d'urgence du cœur.

Coproduction d'hydrogène dans les centrales nucléaires sous-critiques refroidies à l'eau au Canada

N. Gnanapragasam*, D. Ryland et S. Suppiah
Énergie Atomique du Canada Limitée, Laboratoires de Chalk River, Chalk River, Ontario, Canada

Information sur l'article
Mots clés : électrolyse de la vapeur à haute température, hydrogène d'origine nucléaire, partie classique d'une centrale nucléaire, réacteur nucléaire CANDU, électricité nucléaire
Historique de l'article : reçu le 19 Avril 2013, accepté le 19 Juin 2013, disponible en ligne le 12 Juillet 2013
DOI http:dx.doi.org/10.12943/RSNE.2013.00006

*Auteur de correspondance : (613) 584-3311, gnanapragasamn@aecl.ca

RÉSUMÉ

Des réacteurs nucléaires sous-critiques refroidis à l'eau sont utilisés dans plusieurs pays dont le Canada pour fournir de l'électricité à la population civile. Le processus d'électrolyse de la vapeur à haute température (PEVHT) est un processus réalisable et démontré en laboratoire; le PEVHT permet de produire de l'hydrogène à grande échelle. L'intégration thermique et électrique du PEVHT aux centrales nucléaires (CN) sous-critiques refroidies à l'eau est comparée pour trouver le point d'intégration, les conditions de fonctionnement du PEVHT et le taux de production de l'hydrogène optimaux en fonction de l'efficacité énergétique thermique. L'analyse de l'efficacité thermique intégrée porte à croire qu'avec une efficacité combinée de 36 %, les CN sous-critiques refroidies à l'eau sont idéales pour la coproduction d'hydrogène. L'analyse du fonctionnement du PEVHT porte à croire que la production d'hydrogène et les gains d'efficacité intégrée diminuent à mesure que la pression de l'hydrogène produit augmente. Le meilleur point d'intégration du PEVHT à une CN sous-critique refroidie à l'eau se situe en amont de la turbine à haute pression.

L'ENCRASSEMENT DES GÉNÉRATEURS DE VAPEUR NUCLÉAIRES : ÉTUDES FONDAMENTALES, EXPÉRIENCE DU FONCTIONNEMENT ET MESURES CORRECTIVES FAISANT APPEL À DES ADDITIFS CHIMIQUES

C.W. Turner*
Énergie Atomique du Canada Limitée, Laboratoires de Chalk River, Chalk River, Ontario, Canada

Information sur l'article
Mots clés : encrassement, générateurs de vapeur, dépôt, dispersant, amine filming
Historique de l'article : reçu le 16 Avril 2013, accepté le 17 Juin 2013, disponible en ligne le 12 Juillet 2013
DOI http:dx.doi.org/10.12943/RSNE.2013.00007

*Auteur de correspondance : (613) 584-3311, turnerc@aecl.ca

RÉSUMÉ

L'encrassement demeure un problème potentiellement grave qui, si on ne s'en occupe pas, peut entraîner une dégradation du caractère sécuritaire et du rendement des générateurs de vapeur (GV) nucléaires. Il a été démontré que la majorité des produits de corrosion apportés par l'eau d'alimentation aux GV s'accumule sur le faisceau de tubes. En augmentant le risque de défaillance des tubes et en faisant obstacle au transfert de chaleur, les dépôts sur le faisceau de tubes peuvent compromettre la capacité des GV à jouer leurs deux rôles essentiels pour la sécurité : faire obstacle à la libération de substances radioactives à partir du fluide caloporteur du réacteur et extraire la chaleur du fluide caloporteur primaire au cours du fonctionnement et dans certains scénarios après les accidents. Il est donc essentiel de mettre au point de meilleurs moyens d'atténuer l'encrassement des GV pour assurer un fonctionnement à long terme sécuritaire, fiable et économique des centrales nucléaires (CN). Cet article fournit un aperçu de notre compréhension actuelle des mécanismes par lesquels les dépôts s'accumulent du côté du circuit secondaire des GV, de la façon dont cette accumulation se répercute sur le rendement des GV et de la façon dont l'accumulation de dépôts peut être atténuée au moyen d'additifs chimiques ajoutés au système caloporteur secondaire. Cet article traite aussi de quelques questions clés qu'il faudra aborder pour faire progresser notre compréhension de l'accumulation des dépôts et de la façon cette accumulation peut être limitée pour faire en sorte que le fonctionnement des GV nucléaires demeure sécuritaire et économique.

Utilisation de l'approximation fonctionnelle pour la détermination de l'exactitude des réseaux neuronaux

R.F. Wichman* et J. Alexander
Énergie Atomique du Canada Limitée, Laboratoires de Chalk River, Chalk River, Ontario, Canada

Information sur l'article
Mots clés : réseau de neurones
Historique de l'article : reçu le 4 Avril 2013, accepté le 17 Juin 2013, disponible en ligne le 12 Juillet 2013
DOI http:dx.doi.org/10.12943/RSNE.2013.00008

*Auteur de correspondance : (613) 584-3311, wichmanr@aecl.ca

Résumé

De nombreux processus de contrôle (sinon la plupart d'entre eux) présentent des comportements non linéaires dans une partie de leur intervalle de fonctionnement. La capacité des réseaux neuronaux à modéliser une dynamique non linéaire les rend donc très attrayants pour le contrôle. Le contrôle des systèmes de sécurité à fiabilité élevée et le contrôle autonome dans les applications aux processus ou à la robotique nécessitent cependant un contrôle précis et constant et les réseaux neuronaux ne sont que des approximations de diverses fonctions, de sorte que leur degré d'approximation devient important.

Dans cet article, les facteurs qui influencent la capacité des réseaux neuronaux à rétro-propagation non récurrents à donner une approximation exacte d'une fonction non linéaire sont étudiés. La comparaison de la reconnaissance des formes faisant appel à un réseau neuronal pour l'approximation fonctionnelle constitue un moyen facile et exact pour déterminer l'exactitude du réseau.

Nous montrons que, contrairement à ce qui se passe avec les autres techniques, les erreurs qui surviennent dans l'approximation fonctionnelle ou l'ajustement de courbe sont causées par le réseau neuronal lui-même plutôt que par la dispersion des données. Une méthode qui permet d'améliorer l'exactitude obtenue au cours de l'entraînement et la capacité du réseau à généraliser après l'entraînement est proposée. Les vecteurs d'entrée binaires fournissent un modèle plus exact que les données d'entrée scalaires et un nouvel entraînement effectué au moyen d'un petit nombre des paires de valeurs aberrantes x et y a permis d'améliorer la généralisation.

Initiatives d'ajout à la valeur pour le rendement du fonctionnement des réacteurs CANDU®

V. Chugh[1]*, R. Parmar[1], J. Schut[2], J. Sherin[1], H. Xie[1] et D. Zobin[1]
[1]AMEC NSS, 933 University Avenue, 4th Floor, Toronto, Ontario, Canada
[2]Énergie Atomique du Canada Limitée, Laboratoires de Chalk River, Chalk River, Ontario, Canada

Information sur l'article
Mots clés : calibration, équilibre de chaleur, instrumentation, maintenance, optimisation, performance
Historique de l'article : reçu le 15 Février 2013, accepté le 17 Juin 2013, disponible en ligne le 12 Juillet 2013
DOI http:dx.doi.org/10.12943/RSNE.2013.00009

*Auteur de correspondance : (416) 217-2104, vinod.chugh@amec.com

RÉSUMÉ

Dernièrement, AMEC NSS a lancé des projets d'ingénierie du rendement des centrales CANDU® qui pourraient être très profitables pour les services publics. Cet article traite de trois initiatives. D'abord, l'optimisation de l'intervalle de calibration des instruments, qui passe de 1 à 3 ans, réduira le temps qui doit être consacrer aux ressources d'entretien en plus de permettre la réalisation d'économies (environ 3 500 $ par instrument). Ensuite, l'évaluation de l'incertitude sur la puissance thermique du réacteur montre à quel niveau de fonctionnement la marge est considérée comme trop prudente et pourrait être utilisée pour accroître la puissance d'un maximum de 0,75 %. Enfin, en tant qu'autre moyen possible pour contrôler la température du collecteur d'entrée du réacteur (TCER), des modifications physiques des chauffe-eau d'alimentation à haute pression (HP) pourraient être utiles pour récupérer partiellement la RIHT et accroître ainsi la production de 10 à 12 MWé.

® CANDU est une marque de commerce déposée d'Énergie Atomique du Canada Limitée.

Collecte directe de l'hélium-3 (^{3}He) dans les réacteurs nucléaires à eau lourde

G. Bentoumi*, R. Didsbury, G. Jonkmans, L. Rodrigo et B. Sur
Énergie Atomique du Canada Limitée, Laboratoires de Chalk River, Chalk River, Ontario, Canada

Information sur l'article
Mots clés : réacteur à eau lourde sous pression (RELP), ^{3}He, eau lourde, neutron, collecte
Historique de l'article : reçu le 24 Avril 2013, accepté le 21 Juin 2013, disponible en ligne le 12 Juillet 2013
DOI http:dx.doi.org/10.12943/RSNE.2013.00010

*Auteur de correspondance : (613) 583-3311, bentoumig@aecl.ca

RÉSUMÉ

L'activation par les neutrons thermiques du deutérium à l'intérieur d'un réacteur ralenti ou refroidi à l'eau lourde produit une accumulation de tritium dans l'eau lourde. La désintégration sur place du tritium peut, dans certains types de réacteur et conditions de fonctionnement, produire des quantités potentiellement utilisables d'hélium-3 qui peuvent être extraites directement par l'entremise du gaz de couverture de l'eau lourde sans séparation, collecte et stockage préalables du tritium à l'extérieur du réacteur. On estime que la quantité d'hélium-3 qui pourrait être récupérée dans le gaz de couverture du modérateur d'un réacteur à eau lourde sous pression (RELP) de la classe 700 MWé est comprise entre 0,1 et 0,7 m^3 (TPN) par année (cette quantité varie en fonction de l'accumulation du tritium dans le modérateur). La collecte de l'hélium-3 produirait environ 12,7 m^3 (TPN) d'hélium-3, d'une valeur de plus de 30 M$ au prix du marché actuel et pour un cycle de fonctionnement typique de 25 ans du RELP. Cet article traite de la production d'hélium-3 dans le modérateur d'un RELP et de son extraction du système de gaz de couverture du modérateur à ^{4}He au moyen de méthodes conventionnelles.

Un nouveau principe de sécurité pour le réacteur SLOWPOKE-2

S. Yue[1], S. Polugari[1,2], V. Anghel[1], J. Hilborn[3] et B. Sur[1]
[1]Énergie Atomique du Canada Limitée, Laboratoires de Chalk River, Chalk River, Ontario, Canada
[2]Ryerson University, Toronto, Ontario, Canada
[3]Deep River, Ontario, Canada

Information sur l'article
Mots clés : SLOWPOKE, dynamique du réacteur, simulation, contrôle du réacteur
Historique de l'article : reçu le 26 Mars 2013, accepté le 23 Juin 2013, disponible en ligne le 12 Juillet 2013
DOI http:dx.doi.org/10.12943/RSNE.2013.00011

*Auteur de correspondance : (613) 583-3311, yues@aecl.ca

RÉSUMÉ

Le réacteur nucléaire SLOWPOKE-2 (à cœur d'uranium faiblement enrichi) est un réacteur piscine ayant une puissance thermique maximale nominale de 20 kW. Il utilise comme combustible des pastilles d'oxyde d'uranium (enrichi à 19,9 %) et fournit un flux de neutrons utile maximal de l'ordre de 10^{12} $n.cm^{-2}s^{-1}$. Les principales caractéristiques de sécurité intégrées à la conception du réacteur sont la limitation stricte de l'excédent de réactivité et les caractéristiques de rétroaction négative à la réactivité qui assurent une réaction autolimitative des excursions de puissance d'une sécurité démontrable aux insertions de réactivité importantes. Cependant, la limitation de la quantité d'excédent de réactivité limite également le fonctionnement prolongé continu du réacteur à pleine puissance. Avec un excédent de réactivité de 4 mk, le réacteur peut fonctionner pendant environ une journée à pleine puissance (20 kW) avant que la criticité ne soit perdue en raison des effets de la température et de l'empoisonnement au xénon.

Un nouveau concept de sécurité est proposé dans cet article. Il permet de maintenir le réacteur en fonctionnement continu pendant quelques mois en faisant passer l'excédent de réactivité de 4 mk à 8 mk. Un modèle Matlab/simulink de SLOWPOKE-2 a montré que la durée de vie de fonctionnement du cœur peut être prolongée de plusieurs mois sans qu'il soit nécessaire d'ajouter une cale de béryllium

Erratum pour « Le réacteur SuperSafe© : un petit RESC modulaire à tubes de pression »

M. Yetisir[1], J. Pencer[1*], M. McDonald[1], M. Gaudet[1], J. Licht[1] et R. Duffey[2]
[1]Énergie Atomique du Canada Limitée, Laboratoires de Chalk River, Chalk River, Ontario, Canada
[2]DSM Associates Inc., Idaho, USA

Information sur l'article
Mots clés : réacteur SuperSafe© (SSR), réacteur refroidi à l'eau supercritique (RESC), GEN-IV, GIF, petit réacteur modulaire (PRM)
Historique de l'article : reçu le 25 Octobre 2012, accepté le 17 Décembre 2012, disponible en ligne le 12 Juillet 2013
DOI http:dx.doi.org/10.12943/RSNE.2013.00012

*Auteur de correspondance : (613) 583-3311, pencerj@aecl.ca

RÉSUMÉ

Dans le numéro de décembre 2012 de la Revue scientifique nucléaire d'EACL, volume 1, numéro 2, à la section 5 de l'article intitulé « Le réacteur SuperSafe(C) : un petit RESC modulaire à tubes de pression », dans la définition des deux formules des facteurs de mérite (FM), la variable du débit de dose D est le débit de dose en rem/h à une distance de 1 mètre. On a omis d'indiquer que ce débit de dose doit être calculé pour une masse de 0,2 M, où M est la masse critique nue (en kilogrammes) du matériau.

UNE PUBLICATION OFFICIELLE D'ÉNERGIE ATOMIQUE DU CANADA LIMITÉE
WWW.EACL-AECL.CA

AECL EACL